

Design Study of Post Irradiation Examination Facilities in the IFMIF/EVEDA Test Facilities

Takafumi Kogawara*, Eiichi Wakai, Takayuki Kikuti, JAEA,
Tokai, Ibaraki 319-1195, Japan
Kazuyuki Nakamura, Masayoshi Sugimoto, IFMIF/EVEDA Project Team,
Rokkasho, Aomori 039-3212, Japan

Abstract

The main subject of Post Irradiation Examination (PIE) Facilities in the International Fusion Materials Irradiation Facility (IFMIF) is to obtain materials data base such as mechanical properties for the design of the Fusion Demonstration Reactors. In the phase of Engineering Validation and Engineering Design Activities (EVEDA), the conceptual design of PIE Facilities has been prepared, and the engineering design of PIE Facilities will be performed during this EVEDA phase.

In the design of PIE Facilities in IFMIF, it has to take into accounts of several treatments and examination working processes such as the inspection and dismantling of the irradiated rigs of the high flux test module (HFTM), tests of the irradiated small size specimens in the HFTM, ceramic breeder materials and neutron multipliers in the medium and low flux modules, and target materials, and the reloading of the specimens into the rigs. For the design of PIE facilities, firstly the shielding of radio-activation of the materials irradiated in these test modules for the hot cells was evaluated, and the plan of the conceptual design of PIE facilities was prepared.

IFMIF/EVEDAテストセル施設における照射後試験施設の設計検討

1. 諸言

核融合炉の開発には、核融合炉環境下での長期間の使用に耐える材料の開発が不可欠である。国際熱核融合実験炉 (International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER) 壁面での中性子負荷は 0.57 MW/m^2 (平均) であり、次段階である核融合原型炉 (Fusion Demonstration Reactor, DEMO炉) での値の 5.0 MW/m^2 に比べてかなり低い^[1]。また、ITERでは約 1.5 dpa なる弾き出し損傷量の範囲で運転が予定されているため、DEMO炉の評価に必要な高い弾き出し損傷の領域(約 150 dpa) までの材料特性を十分に評価することができない。そのために核融合環境下での高エネルギー中性子照射を行なえる国際核融合材料照射施設 (International Fusion Materials Irradiation Facilities, IFMIF) での材料評価が必要となる。

一方、原型炉に向けた技術基盤を構築するための幅広いアプローチ(BA)活動の1つとして、IFMIFの工学実証及び工学設計活動(Engineering Validation and Engineering Design Activities, EVEDA)が実施されている。

本稿では、IFMIF/EVEDAテストセル施設における照射後試験施設の設計検討について述べる。

2. 国際核融合材料照射施設 IFMIF

IFMIFは、加速器による重陽子(D)ビームをリチウム(Li)のターゲットに入射して、核融合炉で発生する高エネルギー中性子を模擬した照射施設である。

この加速器は、重陽子を 40 MeV まで加速させ、電流値を最大 125 mA にした重陽子ビーム2機で構成しており、これを最大流速 20 m/s の液体Liターゲットに同時に入射する。ここで発生する中性子束は、 $10^{18} \text{ n/m}^2/\text{s}$ の非常に強力な中性子線である^[2]。これは領域ごとに高、中、低のそれぞれの中性子束領域に分けられ、例えば、高中性子束領域ではDEMO炉用構造材料に関するデータの取得のための高中性子束領域試験モジュール(High Flux Test Module, HFTM)を使用するなどして利用される。

IFMIF/EVEDAでは、加速器施設、Liループ施設及びテストセル施設の3つのテーマがあり、各テーマの活動が実施されている。

3. IFMIF/EVEDAテストセル施設における照射後試験施設

3.1 IFMIF/EVEDAテストセル施設の日本担当テーマ

IFMIF/EVEDAにおける日本担当のテストセル系テーマでは、HFTMの設計、微小試験片の試験技術 (Small Specimen Test Technique, SSTT)、及び照射後試験 (Post Irradiation Examination, PIE) の施設設計とそれに付随するハンドリング技術のテーマがある。

EVEDAでは、ここで述べるPIE施設設計とそれに付随するハンドリング技術に関するような様々なニーズに適合したPIE施設の概念設計を進め、工学設計までを実施する。

* E-Mail: kogawara.takafumi@jaea.go.jp

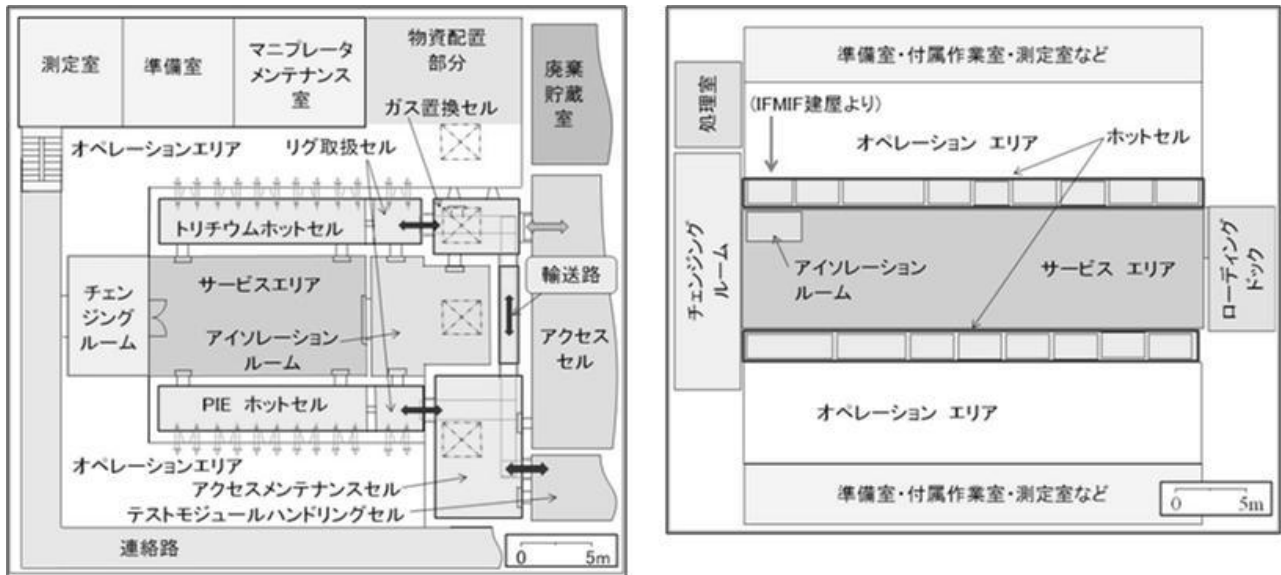


図1：PIE施設の配置案（左図；IFMIF建屋2階部分,右図；別建屋1階部分）

3.2 PIE施設における目的

IFMIF用PIE施設設計の主な目的は次の3点である。

- (i) 要求される試験を遠隔操作で実施可能なホットセルの設計
- (ii) 照射リグの解体、試料取出し、再照射試料の新リグへの装荷組立の可能なセル設計
- (iii) ホットセルを維持管理する上で必要不可欠な付帯設備機器類の配置

ここでのホットセルとは、放射線の遮蔽・維持管理に対応させた作業室(セル)のことを示す。

また中性子との核反応で生成させるトリチウム(^3H)の対応がなされた設計、照射リグ内の微小試験片と空隙の熱媒体としてナトリウムカリウム合金(NaK)またはナトリウム(Na)を用いる^[2]対応がなされた設計、さらに照射された微小試験片を再び新リグへと装荷できる設計が目的に付随した仕様としてある。この再び装荷して照射する理由は、IFMIFによる照射評価試験で最大150 dpa^[2]までの弾き出し損傷を複数回の照射により得るためである。

さらにPIE施設で要求される試験等は、疲労特性、破壊靱性、及びき裂成長速度などに関する微小試験片の強度特性試験やSEM及びTEM等の組織観察などがある。これらの作業で総合的に評価を行い、PIE施設におけるセルと付属作業室の配置案の作成を進めている。ここでは、既存の2階スペースのみの配置案から、精密測定等の観点から取扱対象物によって区画を既存の2階スペースと別建屋に配した内容で述べてある。次の節3.3で施設内のプロセスについて説明し、節3.4で放射線遮蔽のための簡易遮蔽評価について述べ、さらに節4では2区画間の移送方法等についての評価を述べる。

3.3 PIE施設全体の作業プロセスと配置案

基本的なPIE施設における作業プロセスを大別すると以下の3項がある。

- (a) 照射済リグをテストセル施設から受入れて、検査を行った後、解体して試験片の除染を行う
- (b) 照射済微小試験片の試験、観察、分析を行う
- (c) 再照射試験のために照射された微小試験片の一部をリグに再装荷して、テストセル施設へ受け渡す

これらの項目を満たし、かつ3.2で述べた目的及び仕様を兼ね備えた設備を有する配置案を図1に示す。

設計目的とする(i)については、加速器から発生する電気の影響や放射線の影響、及びLiループ施設で取扱う大型機器の振動的影響も考慮して、精密で高い測定精度を必要とする微小試験等を別建屋での区画に配した。また(ii)については、ベリリウム試験に対応させて中性子の遮蔽を考慮したコンクリートセルとし、かつNaKまたはNa処理等は不活性ガス中の特殊な設備で行う必要性、及び ^3H の発生による危険性から二重の構造とする。そして(iii)については、チェンジングルーム、ローディングドック、及びアイソレーションエリアなどのホットラボ施設において必須となるスペースを確保し、付帯設備機器等を設けるものとした。

3.4 PIE施設の簡易遮蔽評価について

欧州のIFMIF/EVEDA実施機関であるカールスルーエ研究センターのFischerらの計算結果^[3]によれば、IFMIF用HFTMの一部であるリグと装荷された試験片を低放射化フェライト鋼(Eurofer鋼)とした場合の主な核種は、 ^3H 、 ^{14}C 、 ^{55}Fe 、 ^{54}Mn 、及び ^{56}Mn である。この核種の放射線量等^[4]を表1に示す。この中で遮蔽壁の厚さの問題となるのは、 ^{56}Mn と ^{54}Mn の

表 1 : IFMIF用照射リグ(材質;Eurofer鋼)の核種

核種	半減期	崩壊形式	主な光子のエネルギーと放出割合	放射能(Bq/kg)	
				1日後	30日後
³ H	12.33年	β ⁻ 壊変	-	2.2×10 ¹²	2.2×10 ¹²
¹⁴ C	5.73×10 ³ 年	β ⁻ 壊変	-	1.8×10 ⁶	1.8×10 ⁶
⁵⁵ Fe	2.73年	軌道電子捕獲	0.0059Mev-24.5% 0.0065Mev-3.3%	3.8×10 ¹⁴	3.8×10 ¹⁴
⁵⁴ Mn	312.1日	軌道電子捕獲	0.835Mev-100% 0.0054Mev-22.1% 0.0060Mev-3.0%	1.0×10 ¹⁴	1.0×10 ¹⁴
⁵⁶ Mn	2.579時	β ⁻ 壊変	0.847Mev-98.9% 1.811Mev-27.2% 2.113Mev-14.3% 2.523Mev-0.99% 2.657Mev-0.65% 2.960Mev-0.31% 3.370Mev-0.17%	2.0×10 ¹¹	1.0×10 ⁷ 以下

γ線であるが、⁵⁶Mnは照射後1日でほぼ崩壊するため、実効線量透過率の計算には⁵⁴Mnのみを線源とした。またモデルは図2に示す簡易計算モデルとした。線源から遮蔽壁までの距離をリグ等はセル内を任意に動くことから0 mとし、遮蔽壁外面を計算地点(P点)として、実効線量率を核種の実効線量率定数と実効線量透過率^[5]を用いて簡易計算した(表2)。照射リグ1個を3.12 kg、取扱う最大の微小試験片1個(破壊靱性試験用 11.0x11.5x4.6 mmを想定)を4.0 gとした。

リグ1個取扱う場合に法令による50 mSv/年から25 μSv/hを満たすためには、遮蔽材料がコンクリート(密度2.10 g/cm³)の場合で140 cmの遮蔽壁の厚さが必要である。同じく遮蔽材料を鉄(密度7.86 g/cm³)とした場合でも40 cmの遮蔽壁の厚さが必要である。これより、中性子遮蔽が必要でリグ1個を取扱う際はコンクリートの遮蔽材料を用いた140 cm以上の厚さのセルとし、それ以外では鉄の遮蔽材料を用いた40 cm以上の厚さのセルでよいことが分かる。ただし、これらの計算はあくまで線源の材質をEurofer鋼のみとした簡易計算であり、さらに線源のリグの詳細な組成やセル内のダクトのストリーミング等を今後詳細に検討を行う必要がある。

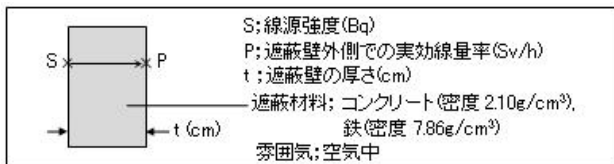


図 2 : 遮蔽壁の厚さ簡易計算モデル

表 2 : 遮蔽壁の厚さによる実効線量透過率

線源強度対象 ^(注1)	実効線量透過率			
	コンクリート		鉄	
遮蔽壁の厚さ	120cm	140cm	35cm	40cm
リグ1個(3.12kg)	36.57 μSv/h	1.84 μSv/h	197.03 μSv/h	14.29 μSv/h
試験片1個(4.0g)	0.047 μSv/h	0.002 μSv/h	0.253 μSv/h	0.018 μSv/h

(注1) 線源強度は、1.0×10¹⁴Bq/kgを用いた

4. 試料や機器の移送方法の評価

試料や機器の移送方法は、主に3通りについて評価をしている。まず隣り合ったホットセル間の開閉式扉による移動方法である。材料試験ホットラボ施設でよく用いられる方法であり、必要に応じて放射性物質の移動を行える。2つ目は、建屋に備付けのクレーンを用いたキャスク運搬であり、これは常時遮蔽性能を保ちながら試料の移送ができる方法である。通常はセル天井部に運搬キャスクを接続し、キャスク内に試料を入れて運搬作業を行う。この移送方法は、セル内の負圧管理を行うことから施設内の作業環境を損なわずに遠距離の試料移動ができる利点がある。またキャスクのタイプによっては施設外の移送にも用いられる。しかしながら、キャスクの遮蔽性能を得るため重量が大きく、作業工程に時間がかかる。そこで3つ目として、トランスユニーやエアシューターなどを用いた搬送システムを用いる方法である。搬送する対象物を照射リグとその付属コード類とした場合は、約10 kgの輸送物に対応したトランスユニー等の搬送設備とし、微小試験片のみ取扱対象物とした場合は、重量(φ30 mmサイズの輸送容器ならば最大50 g)に対応したエアシューター等の搬送設備を検討している。遮蔽に関しては、基本的にセル内に経路を取り、セル間は開閉する扉とする。セル外区画については、対応する遮蔽壁を設けるものとする。これによりコストを下げた上で、多数の照射試験に対応した素早い搬送作業を可能とさせる予定である。機器類はローディングドック等より搬入し、重量により背面または天井部より搬出入を行う予定である。

5. まとめと今後の予定

上述に示した評価内容は、これまで実施してきたIFMIF CDR (Comprehensive Design Report)^[2]を参照し、検討を重ね、PIE施設の概念設計評価を進めている。

今後、安全性や作業効率性などを十分考慮して、テストセル施設の工学設計を進めていく。さらに、日欧の実施機関とIFMIF/EVEDA事業チームの協力の下、加速器施設及びLiループ施設を含めた設計統合も併せて実施していく予定である。

参考文献

- [1] IAEA. δSummary of The ITER Final Design Report, ITER EDA Document Series No. 22δ, 2001
- [2] IFMIF International Team. δIFMIF Comprehensive Design Report(CDR)δ, 2004
- [3] U.Fischer, et al., δJ. Nucl. Mater. δ, 307-311, pp.1696-1700, 2002
- [4] 社団法人 日本アイソトープ協会. δアイソトープ手帳机上版(改訂9版)δ, 1996
- [5] 財団法人 原子力安全技術センター. δ放射線施設のしゃへい計算実務マニュアルδ, 2007